研究論文

358. 材料工学試験炉炉心の丸型セルと角型セルの核的比較

西村 佳寿雄*, 岩瀬 昭和*, 高橋 敏猛*, 柳沢 一二三*,
福光 良雄**, 松延 広幸**, 前島 享**

*Comparisons of Nuclear Characteristics between Circular Core Cell
and Rectangular Core Cell as Material Engineering Test Reactor*

By Kazuo NISHIMURA, Akikazu IWASE,
Toshitake TAKAHASHI, Hifumi YANAGISAWA,
Yoshio FUKUMITSU, Hiroyuki MATSUNOBU and Toru MAEJIMA

The comparisons of nuclear characteristics were made between the circular cell (BR-2 type core unit cell), and the rectangular cell (ETR type core unit cell) in the Material Engineering Test Reactor. The uranium weight ratio of U-Al alloy for the meat of fuel plates is taken as a parameter. Design parameters such as critical mass, average flux of the loop per unit power, allowable maximum flux of the loop, mass coefficient and void coefficient were examined as criterions for the comparisons. In view of co-existence of beryllium and light water in the circular cell, the advantage of beryllium was studied. In the calculation, the thermal utilization of the circular cell was estimated as exactly as possible, solving the space dependent thermalization formula. The conclusions obtained by this study include,

- (1) We can load the fuels in the rectangular cell more tightly than in the circular cell. But we can not find the essential difference in each case if we can adjust the weight ratio parameter easily.
- (2) When we desire high allowable flux of the loop or high flux of the loop per unit power, we may adjust the uranium weight ratio in accordance with the requirement.
- (3) If we fill up the gap of the tightly loaded circular cells with beryllium which has smaller absorption cross section than light water, and if we can adjust the uranium weight ratio easily according to the requirement, it might be said that the circular cell has some advantage because of the improved thermal utilization.
- (4) We can take the negative void coefficient in the circular cell more easily than the rectangular one.

緒 言

材料工学試験炉の核設計の1つの研究テーマとして、炉心単一セルに用いられるいわゆる丸型燃料と角型燃料の核的な比較を行なった。一般に材料工学試験炉の炉心構造は Calandria structure と Grid plate systemに類別することができ、丸型とは前者の燃料要素の断面積の形状を意味し、角型とは後者の燃料要素

の断面積の形状を意味したものである。丸型燃料には BR-2型を採用した。丸型燃料のうちBR-2型は燃料を隙間なく埋めるときに生ずる丸型固有の隙間をベリリウムで埋めてこれをマトリックスとして生かしたもの

* 佛明電舎 (Meidensha Electric Mfg. Co., Ltd.)

** 住友原子力工業(株) (Sumitomo Atomic Energy Ind., Ltd.)

** 日本電気(株) (Nippon Electric Co., Ltd.)

である。角型燃料には ETR 型を採用した。

燃料装荷量, 単位出力当りのループ平均中性子束, 許容最大中性子束および質量係数の諸量を比較のための基準として選んだ。運転温度を 50°C, 燃焼度を 30 および 0% とした。計算にあたり燃料板のミート部分の U-Al 合金のウラン重量比(%)をパラメータにとった。これをパラメータにとった理由は, 先に挙げた諸基準がマクロ分裂断面積 Σ_f および水素に対するウランの原子密度比 H/U の変化に応じてどのように変化するかを見なかったからである。 Σ_f の変化はほぼ燃焼の進行状況を示し, また H/U の変化に対する臨界量および質量係数の変化により近似的にボイド係数を求めることができる。反射体は共通に BR-2 型の Be マトリックスを採用したが, 追加的に Be マトリックスの代わりに軽水に置き換えたケースも扱って, ベリリウムの反射体としての効用を調べた。

研究の目的があくまで, 広い分野にわたる材料工学試験炉の核設計のうち炉心単一セルのみに比較考察を限るため, 臨界計算に用いた幾何学的形状その他に若干現実性を欠いている。例えば, 計算がすべて 1 次元円柱で行なわれ, ループ実験の組成および配置に理想化したものを用い, 制御棒の存在を無視していることなどである。しかし, 1 度設定された条件の下では, できるだけ物理的な情報を加えた。

I. 比較の基準とした諸量

U-Al 合金の重量比をパラメータにとり, 丸型燃料と角型燃料との比較を行なう基準として, 燃料装荷量, 単位出力当りのループ平均中性子束, 許容最大中性子束および質量係数を挙げた。これら諸量を挙げた理由はつぎのとおりである。一般に材料試験炉は, 動力炉に較べて中性子束の値が 1 桁高いため燃料の消耗が激しく, したがって臨界量は運転維持費に大きく響く。また動力炉では, できるだけ出力を大きくとりたいが, それにともなって中性子束が高いことは放射線損傷その他の問題を生じる。材料試験炉では, 運転維持費の見地から, むしろ同じ中性子束が得られるなら, 出力はできるだけ小さいことが好ましい。すなわち, 単位出力当りのループ平均中性子束が大きいたことが好ましい。許容最大中性子束は加速試験のためにはできるだけ高い方がよい。質量係数が小さいことは, 例えば, ループ実験挿入による反応度変化の補正のための種々の操作の他の実験に与える影響が小さいことを意味する。

基準として用いられた諸量およびパラメータの U-

Al 合金の重量比は, つぎの近似式で相互に結びつけられている。

$$P \approx \Sigma_f \bar{\phi}_{th} V \quad (1)$$

ここに, P : 出力, Σ_f : 分裂断面積,

$\bar{\phi}_{th}$: 平均炉心熱中性子束, V : 臨界容積

燃料装荷量は $\Sigma_f V$ にほぼ比例し, 単位出力当りのループ平均中性子束は $\bar{\phi}_{th}/P$ にほぼ比例する。熱的限界からくる許容最大中性子束は $\bar{\phi}_{th}$ にほぼ比例し, 質量係数は $\Delta(\Sigma_f V)/\Sigma_f V$ に比例する。

(1) 燃料装荷量

炉心上下部構造の影響を反射体節約として扱い, すべて 1 次元, 多群, 多領域および拡散の臨界計算による。

(2) 単位出力当りのループ平均中性子束

$$\bar{\phi}/P = \frac{\gamma \times 3.1 \times 10^{16}}{\Sigma_f (1 + \alpha) V} \text{ (nv/MW)} \quad (2)$$

ただし, $\bar{\phi}$: 速中性子束照射に対しては炉心中央ループ内平均中性子束(ただし 183 keV 以上のものを選んだ), 熱中性子束照射に対しては反射体領域での最大熱中性子束

P : 出力(MW 単位)

γ : ループ平均中性子束に対する炉心平均熱中性子束の比

Σ_f : 均質のマクロ分裂断面積

α : 熱外中性子領域における単位体積当りの分裂数の比

V : 臨界容積(cm^3)

反射体領域のループの熱中性子束照射については, 臨界計算を 1 次元円柱で行なったために, あえて反射体領域での最大中性子束を採用した。

(3) 許容最大中性子束

許容最大中性子束 =

$$\frac{3.1 \times 10^{16}}{V_{\text{unit}}} \cdot \frac{\bar{\phi} \times q}{\max \left[(\Sigma_f \bar{\phi})_{th} + \int_{\text{epi}} \Sigma_f \bar{\phi} du \right]} \quad (3)$$

ただし, V_{unit} : 単一セルの容積(cm^3)

$\max \left[(\Sigma_f \bar{\phi})_{th} + \int_{\text{epi}} \Sigma_f \bar{\phi} du \right]$: 炉心内の単位体積当りの分裂数の最大値

q : 丸型, 角型各燃料に許しうる最大冷却水速と冷却表面積におのおののホットスポット(ただし半径方向の炉心熱中性子束のピークを考えない)を考慮して定められる単一セル当りの限界出力(付録 I 参照)。

(4) 質量係数

$$\text{質量係数} = (-) \Delta M / M / \Delta k / k > 0 \quad (4)$$

ただし, ΔM : ループ内の実験を反射体材料で

置換した場合の燃料装荷量の変化分

M : 実験挿入時の臨界量

Δk : ループ内実験を反射体材料で置換した

場合の反応度変化分

k : 反応度(=1)

II. 炉心および反射体の設定

核計算を行なうにあたり、炉心および反射体の構造、物理条件をつぎように定めた。

(1) 丸型燃料は BR-2 型のものを、角型燃料は ETR 型のものを用い、U-Al 合金のウラン重量比 ω として 15, 20, 25% の 3 ケースをとった。(Fig. 1 (a), (b)および Table 1 参照)

(2) 運転温度を 50°C とした。

(3) 燃焼度を 30 および 0% とした。ただし、0% は Xe, S_m が平衡した状態のものを扱った。

(4) 炉心配列は円柱として、6" ループを炉心中央に配した時とループのない時を扱った。中央ループ

Fig. 1 Composition of Fuel Element Cross Section

Table 1 Number Density of Atoms

(units: $\times 10^{24}$ at 50°C)

	H	O	Be	Al	Na	Fe	^{238}U	$^{235}\text{U} 30\%$	$^{235}\text{U} 0\%$
BR-2—15%	0.0 29060	0.0 14530	0.0 40138	0.0 14171	—	—	0.00000 64467	0.0000 40602	0.0000 58000
BR-2—20%	"	"	"	0.0 14105	—	—	0.00000 96108	0.0000 56767	0.0000 81096
BR-2—25%	"	"	"	"	—	—	0.0000 12420	0.0000 74746	0.000 10678
ETR—15%	0.0 39417	0.0 19709	—	0.0 24299	—	—	0.0000 12526	0.0000 79148	0.000 11307
ETR—20%	"	"	—	0.0 24236	—	—	0.0000 17566	0.000 11066	0.000 15809
ETR—25%	"	"	—	0.0 24166	—	—	0.0000 23155	0.000 14571	0.000 20815
Reflector	0.00 52864	0.00 26432	0. 11379	—	—	—	—	—	—
100%Na experiment	—	—	—	—	0.0 25445	—	—	—	—
Large experiment	0.00 3304	0.00 1652	—	0.00 6027	0.00 5089	0.0 12718	0.0 18988	0.000 14349	—
Top and bottom reflector	0.0 3421	0.0 17105	0.0 36269	0.0 11385	—	—	—	—	—
H ₂ O—Al reflector	0.0 31986	0.0 15993	—	0.0 31144	—	—	—	—	—
H ₂ O reflector	0.0 59688	0.0 29844	—	0.00 60159	—	—	—	—	—

の実験にはNa100%および鉄材被覆のナトリウム冷却高速炉ブランケット(Large experiment と呼ぶ。15%Fe, 5% H_2O , 10%Al, 20%Na, 40%天然ウラン, 10%ボイド。STO 1-1001-19, 'Critical Calculation for the BR-2' より引用)の2種類を選んだ。また実験を反射体材料で置換した場合についても扱った。

- (5) 炉心上部下部構造(上記 STO 1-1001-19, より引用)はBR-2 型炉心と同等のものを仮定した。炉心高さは共通に 76.2 cm とした。
- (6) 反射体構造は丸型も角型も共通に BR-2 型と同じ Be マトリックスとして厚みを 40 cm とした。ただし、追加的には炉心に隣接する反射体の Be マトリックスの厚みを 0, 10 cm とし軽水で置換したものを扱った。

Ⅱ. 核 計 算

1 次元円柱の臨界計算は中性子エネルギーを熱中性子の組を含めて 8 組に分けて行なった。反射体として Be マトリックスの代わりに軽水で置換した場合の反

射体の効果と、反射体節約を求めるときは 8 組定数をさらに 3 組定数に平均化したものを用いた。(Table 2 参照)

(1) 炉心およびループ実験の速中性子の組定数は 54 組定数を P - I 近似無限大体系のスペクトルで 7 組に平均したものを用いた。多数組定数を少数組定数に平均化するとき、少数とはいっても比較的多数の 7 組にした理由は、同じ媒質でも中性子源から離れるに従って除去断面積の値が異なってくることに留意したからである。同じ理由で、反射体領域については同じ媒体でありながら 3 等区分してそれぞれ異なる組定数を用いた。すなわち、反射体の組定数は 54 組定数を S - G 近似空間依存のスペクトルで 7 組に平均したものを用いた。

(2) 丸型の炉心熱中性子組定数は、単一セル内での空間依存性を考慮したスペクトルで平均したものを用いた。すなわち、単一セルを中央 Be 部分(領域Ⅰ)、燃料板および冷却水部分(領域Ⅱ)、Be マトリックス部分(領域Ⅲ)の 3 領域に分け、熱中性子化の式を 24 組拡散理論を用いて解いた。熱領域切断エネルギーは 0.9083

Table 2 Eight Group Constants

$B^2=0.00118898$

	G	E_i (eV)	Δu_i	D^i	$\Sigma_a^i + \Sigma_r^i + D^i B^2$	$\frac{1-e^{-\Delta u_i}}{\Delta u_i} \Sigma_{sH}^i$	$\frac{\Delta u_{i-1}}{\Delta u_i} \Sigma_r^{i-1}$	$\Sigma_f^i \Delta u_i$
BR-2—20%	1	2.86×10^6	1.25	2.8177	0.16564	0	0	0.00012712
	2	821×10^3	1.25	1.9421	0.091048	0	0.15741	0.00010469
	3	183×10^3	1.50	1.0711	0.14874	0	0.072763	0.00011863
	4	67.4×10^3	1.00	0.81536	0.38928	0	0.22102	0.000099516
	5	5.53×10^3	2.50	0.71019	0.23182	0	0.15525	0.00042540
	6	167	3.50	0.67655	0.18705	0	0.16474	0.0020717
	7	0.625	5.5884	0.67052	0.12182	0	0.11601	0.015286
	8		1.00	0.31569	0.043085	0	0.64309	0.034498
ETR—20%	1	2.86×10^6	1.25	3.1245	0.21535	0	0	0.0002459
	2	821×10^3	1.25	2.1307	0.10128	0	0.20817	0.00020357
	3	183×10^3	1.50	1.4058	0.17447	0	0.082146	0.00023096
	4	67.4×10^3	1.00	1.0855	0.47390	0	0.25888	0.00019401
	5	5.53×10^3	2.50	0.95434	0.29181	0	0.18891	0.00082991
	6	167	3.50	0.89752	0.23491	0	0.20718	0.0040360
	7	0.625	5.5884	0.88180	0.15593	0	0.14524	0.032749
	8		1.00	0.29269	0.074901	0	0.79939	0.044206

	G	$E_i(\text{eV})$	Δu_i	D^i	$\Sigma_a^i + \Sigma_f^i + D^i B^2$	$\frac{1 - e^{-\Delta u_i}}{\Delta u_i} \Sigma_{sH}^i$	$\frac{\Delta u_{i-1}}{\Delta u_i} \Sigma_r^{i-1}$	$\Sigma_f^i \Delta u_i$
Ref. 1	1	2.86×10^6	1.25	1.5532	0.073192	0.0052234	0	0
	2	821×10^3	1.25	1.1457	0.075810	0.010600	0.071345	0
	3	183×10^3	1.50	0.81049	0.063513	0.019110	0.062040	0
	4	67.4×10^3	1.00	0.55080	0.12937	0.040691	0.093823	0
	5	5.53×10^3	2.50	0.50383	0.054255	0.033986	0.051486	0
	6	167	3.50	0.49239	0.040873	0.029310	0.038326	0
	7	0.625	5.5884	0.49150	0.025578	0.019497	0.025234	0
	8		1.00	0.44140	0.0048444	0	0.13966	0
Ref. 2	1	2.86×10^6	1.25	1.5308	0.068716	0.0054241	0	0
	2	821×10^3	1.25	1.1531	0.073262	0.010484	0.066869	0
	3	183×10^3	1.50	0.80016	0.073763	0.019490	0.059909	0
	4	67.4×10^3	1.00	0.54962	0.13286	0.040813	0.10922	0
	5	5.53×10^3	2.50	0.50334	0.061236	0.034198	0.052882	0
	6	167	3.50	0.49235	0.046391	0.029344	0.043313	0
	7	0.625	5.5884	0.49147	0.029951	0.019523	0.028699	0
	8		1.00	0.44140	0.004844	0	0.16410	0
Ref. 3	1	2.86×10^6	1.25	1.5350	0.076201	0.0053908	0	0
	2	821×10^3	1.25	1.1537	0.071109	0.010469	0.074376	0
	3	183×10^3	1.50	0.80348	0.071372	0.019366	0.058114	0
	4	67.4×10^3	1.00	0.54967	0.13075	0.040796	0.10563	0
	5	5.53×10^3	2.50	0.50330	0.062068	0.034221	0.052037	0
	6	167	3.50	0.49235	0.048106	0.029352	0.043907	0
	7	0.625	5.5884	0.49145	0.032935	0.019538	0.029764	0
	8		1.00	0.44140	0.0048444	0	0.18078	0

For three group constants, energy intervals are 10 MeV~183 keV, 183 keV~0.625 eV, 0.625~0 eV

eVである。水素およびBeの散乱核はガスモデルで扱った。熱領域でのエネルギー依存の水素の拡散係数は、Deutsch⁽²⁾が引用したマイクロ輸送断面積36.8 barn(2,200 m/secの値。エネルギーについて1/v吸収と同じ変化をする)より求めた。²³⁵Uのマイクロ吸収断面積および分裂断面積-エネルギーの値はWestcott⁽³⁾の解析表示に従った。丸型燃料単一セル内の微細構造の熱中性子束分布がエネルギーによってどのように変わるか、Fig. 2をみればわかる。エネルギーの比較的高いところで、第Ⅱ領

域のものに較べて第Ⅰ領域の中性子束が大きな値を示すのは、軽水がベリリウムより減速能力が大きいためである。エネルギーの比較的低いところでは、吸収が強くなってきて第Ⅱ領域での中性子束損失が大きくなる。Fig. 2は領域Ⅱのスペクトル硬化の度合を示す。

(3) 角型の炉心熱中性子組定数は無限大体系のスペクトルで平均した。

(4) 燃料板と冷却水内の熱中性子損失とは、熱中性子領域を24組に分けて各組ごとにLevedahlの方法⁽⁴⁾

Fig. 2 Thermal Neutron Flux Distributions in BR-2-20% Unit Cell

で求め(付録2参照), 熱中性子化の式を解くときに用いる断面積にこの重みをかけた。

(5) 燃焼にともなう分裂生成物の毒作用は, Xe,

Sm その他3つの擬似核種について扱った(付録3参照)。毒作用の空間分布は熱中性子束が高いときは無視できる。また, 燃焼中の炉心中中性子束分布は変りないものと仮定した。

(6) 核反応 $\text{Be}(n, \alpha)$ によって生じる ${}^6\text{Li}$ が平衡した状態で, Beの吸収断面積の3.12倍(STO1-1001-19, 'Criticality Calculations for the BR-2' より引用)をBeの吸収断面積とみなした。

(7) 反射体領域の熱中性子の組定数は減速材温度 50°C の Maxwell で平均したものを用いた。

(8) 反射体による節約はつぎのようにして求める。炉心高さの76.2 cmに反射体節約の試行長さをつけ加えて裸円筒の半径方向の臨界半径を求める。この臨界半径を用いて上部下部反射体付きの炉心臨界高さを求める。この臨界高さが76.2 cmに一致するまで計算を繰り返すと結果は7.45 cmとなった。

(9) 半径方向の反射体厚みを40 cmとしたが, 検討の結果25 cm以上の厚みではほとんど無限大厚みとみなせることがわかった(上記の方法による臨界計算の結果をTable 3に示す)。

Table 3 Critical Volume, Unit Cell Volume and Mass of ${}^{235}\text{U}$ per Unit Cell (unit: $\times 10^3 \text{ cm}^3$)

Core	BR-2			ETR		
%	15	20	25	15	20	25
Critical volume†	129.7	80.61	60.60	67.41	49.74	42.40
Critical volume††	342.2	151.4	104.0	104.1	75.36	60.42
Unit cell volume (cm^3)	6,129	6,129	6,129	4,425	4,425	4,425
Mass of ${}^{235}\text{U}$ per unit cell† (g)	174.5	244.0	321.3	244.6	343.0	452.1
Mass of ${}^{235}\text{U}$ per unit cell†† (g)	122.2	170.8	224.9	171.2	240.1	316.5

† 0% burn up, †† 30% burn up

IV. 結果と考察

材料工学試験炉の燃料に丸型あるいは角型を採用したのは, 燃料取扱い, ループ取扱い, カプセル試験などを考慮した構造的見地と, 経済的見地とからそれぞれ理由があると思われる。同じ反射体を用い, 炉心の単一セルとしてBR-2型とETR型とを採用したときの評価を, 核的だけに限って述べると, 前者が後者に較べて単一セル内で燃料を緩く装填することになるといえるほかに, 両者の間に根本的な相異はない。(同じ燃

料板ミート部分のウラン重量比をとると, セル内で均質化された ${}^{235}\text{U}$ の原子密度はTable 1に見られるように丸型は角型の約 $\frac{1}{2}$ である)。

われわれの計算では, U-Al合金の重量比をパラメータにとったが, いま丸型とか角型とかの区別なしに, むしろ抽象的なセル内で均質化されたマクロ分裂断面積 Σ_f を横軸にとって, 先に挙げた4つの基準を曲線で描いてみると, つぎのようなことがいえる。(Fig. 3の(a), (b)参照)

(1) 燃料板のミート部分のウラン重量比を増してゆ

Fig. 3 The Criteria as a Function of $\Sigma_{f,th}$ for BR-2 Type Cell and ETR Type Cell

けば、単位出力当りのループ平均中性子束は増し、ここでのいう経済的な炉となる。その理由は、一般にウラン濃度が大きくなるに従って臨界量が急減してある最小値をもち、これからさらに濃度を増しても臨界量はあまりふえなくなる。したがって、(2)式でみられるように $\Sigma_{f,th}$ のかなり高いところでは、 $\Sigma_{f,th}$ がほぼ一定となり、むしろループ平均中性子束に対する炉心平均熱中性子束の比 γ の値によって影響される。すなわち、炉心の吸収量あるいはウラン濃度がふえると γ の値は大きくなり、単位出力当りのループ平均中性子束が大きくなる。Fig. 4 (a)~(f) の中性子束分布を眺めると、 γ の推移がおのずから了解できる。

(2) 熱的限界からきまる許容最大中性子束はほぼ $\Sigma_{f,th}$ の逆数に比例する。

(3) 質量数の傾向は臨界量の傾向に追従している。

現状の BR-2 型は20%を選び、ETR型が15.6%を選んでいるが、材料試験炉が経済的見地から、より高い単位出力当りの中性子束を望むか、あるいは加速試験の見地から、より高い許容最大中性子束を望むかは現状の重量比を調整することによってできる。

Fig. 3の諸基準の曲線が、BR-2型とETR型とではほぼ

平行移動して喰い違っているのは熱中性子利用率のためである。BR-2型は単一セルを隙間なく埋めるときに生じる丸型固有の隙間をベリリウムで埋め、これを炉心編成、冷却水の整流作用、燃料装填などに便宜となるようにマトリックスとして生かしている。いま、両者の間で見掛け上のウラン濃度、すなわち ^{235}U の原子密度が等しくなるようにウラン重量比を調整すれば、BR-2型は単一セル内で軽水の代わりに軽水より吸収の少ないベリリウムがかなりの部分を占めるだけ、ETR型に較べて熱中性子利用率が大きくなる(Fig. 3の(a)参照)。したがって、各基準とも若干優れてくる。BR-2型の U-Al 合金のウラン重量比25%に対して、ETR型の重量比がほぼ同じ $\Sigma_{f,th}$ となるが、この点での Fig. 3の各基準の値を見ると、このことがよく理解される。(減速に関しては丸型の Fermi 年齢が 41.82 cm^2 に対して角型は 42.60 cm^2 となり、前者がセルの一部を軽水の代わりにベリリウムが占めているにもかかわらず一致が見られた。これは単一セルの素材の組合せからくるかなり偶然的な結果と思われる。)

Fig. 3は $\Sigma_{f,th}$ の変化がほぼ燃焼の進行状況を示すから、燃焼度の変化による諸基準の変化とみなされる。BR-2型が ETR型に較べて燃焼0~30%の各基準の

Fig. 4 The Multi Group Flux Distributions of One Dimension Cylinder with in Core Loop (100%Na)

where ①~⑧ show lethargy ranges; 0~1.25, 1.25~2.5, 2.5~4.0, 4.0~5.0, 5.0~7.5, 7.5~11.0, 11.0~16.5884 and thermal neutron

基準の変動が比較的大きいのは、現状デザインの U-Al 合金の重量比の取り方が、臨界量- Σ_f の図で見られるように、勾配が負になるところを選んでいるからである。(これは明らかに BR-2 型が高い許容最大中性子束を狙っている)。しかしこのあたりに重量比を選ぶことは、高い負のボイド係数をもつことができる。(Table 4, Fig. 5 参照)。単一セル内の水素の原子数に対する ^{235}U の原子数の比を横軸にとって、臨界量と質量係数から近似的にボイド係数が求まる。すなわち、BR-2 型の 20% のボイド係数は $0.0012 \Delta k/k$ per % void in water/cc であるのに対して、ETR 型のそれは*非常に小さな値となる。

追加的に行なった反射体の研究は、諸基準に照し合わせてもベリリウムが軽水に較べて優れていることが示された (Fig. 6 参照)。また臨界計算を 1 次元円柱で行なったために、反射体ループでの熱中性子束照射についてはあえて反射体領域での最大中性子束を採用したが、これは別に仮定を設けて補正的な考察を行なった。すなわち、炉心反射体境界より半径方向に 6 in. 離れた処に設けられた 6" ループ(実験の組定数は反射体

* Design Construction and Operation of Engineering Test Reactor, National Reactor Testing Station, Idaho から引用すれば、 $(-) 4.3 \times 10^{-8} \Delta k/k$ per % void in water/cc.

Table 4 Void Coefficients (unit: $\Delta k/k$ per % void in water/cc)

Core	BR-2			ETR		
%	15	20	25	15	20	25
Void coeff.	-0.0017	-0.0012	-0.00028	+~0	0.00023	0.00049

Fig. 5 The Critical Mass and Mass Coefficient as a Function of $H^{235}U$ for BR-2 Type Cell and ETR Type Cell

組定数のうち吸収のみを10倍、50倍としたもの)を考え、半径方向に沿った断面を1次元板状で扱い(バックリングによる臨界調整を行なった)、実験のある場合とない場合とのループ内の平均熱中性子束の比を損失とみなした。結果によると、熱中性子束損失は炉心の寸法組成にほとんど影響されないことがわかった。

終りに臨み、ご懇切なご指導とご鞭撻を賜った住友原子力工業常務永島菊三郎氏、日本電気㈱原子物理研究所々長宮崎清俊氏、明電舎研究所々長草野光男氏、UNC社 Dr. G. A. Soferに深甚なる謝意を呈する。

(1963年 7月4日 受理)

Fig. 6 The Criteria as a Function of Be Reflector Thickness with H_2O Wall. In this case, the core has no loop and the total thickness is 50 cm; 20% and 30% burnup.

— 参 考 文 献 —

- (1) S. J. PAPROCKI, *et al.*: *Nucleonics*, **18**, No. 11, (1960).
- (2) R. W. DEUTSCH: *Reactor Sci. Tech.*, **14**, No. 4, (1961).
- (3) C. H. WESTCOTT: *CRRP-787*, (1958).
- (4) W. J. LEVEDAHL: *KAPL-MGPC-1*, (1959).
- (5) S. HIRAYAMA, *et al.*: *JETR Rept.* 35, (593-62-12).
- (6) A. W. EITZ: *BLG-69*, (1961), United Nuclear Corp.

〔付 録 1〕 単一セル当りの許容最大熱出力

q の求め方

$$\frac{\max \left[(\Sigma_f \phi)_{th} + \int_{epi} \Sigma_f \phi \, du \right]}{\left[(\Sigma_f \phi)_{th} + \int_{epi} \Sigma_f \phi \, du \right]} \times (1.365 \times \Delta t_h + 3.27 \times \Delta t_f) = 138 \quad (5)$$

$$\Delta t_b = \frac{Q}{cv\rho AN}, \quad \Delta t_f = \frac{Q}{s \cdot h \cdot N}$$

ただし, $\max\left[(\Sigma_f\phi)_{in} + \int_{epi} \Sigma_f\phi du\right] /$
 $\left[(\Sigma_f\phi)_{in} + \int_{epi} \Sigma_f\phi du\right]$: 半径方向の全エネルギーにわたる炉心の単位体積当りの分裂数の最大値と平均値の比

1.365, 3.27⁽⁵⁾: それぞれ半径方向のピークを考えない場合のホットチャンネルおよびホットスポットファクター

138°C: 燃料表面最高温度と冷却水入口温度差(単位 °C)

Δt_b : bulk の温度上昇, Δt_f : 膜温度差

c : 冷却水の比熱, v : 冷却水の流速(m/sec)

ρ : 冷却水の比重, A : 冷却水の通路断面積

Q : 全熱出力, N : 燃料本数

s : 1 本当り燃料の伝熱表面積

h : 熱伝達係数

単一セル当りの熱出力 = Q/N

$$= \frac{138}{\max\left[(\Sigma_f\phi)_{in} + \int_{epi} \Sigma_f\phi du\right]} \left(1.365 \frac{1}{cv\rho A} + \frac{3.27}{s \cdot h}\right) \\ = \frac{\left[(\Sigma_f\phi)_{in} + \int_{epi} \Sigma_f\phi du\right]}{\max\left[(\Sigma_f\phi)_{in} + \int_{epi} \Sigma_f\phi du\right]} \times q \quad (6)$$

BR-2 型

ETR

$h = 3.8 \times 10^4$, 2.624×10^4 (kcal/m²hr°C)

$s = 1.3078$, 1.7522 (m²)

$A = 0.00352$, 0.003275 (m²)

$q = 2.1016$, 1.8575 (MW/cell)

〔付 録 2〕 Levedahl の方法⁽⁴⁾

燃料板と減速材の 1 次元板状配列において, 減速材領域の中性子束は拡散理論で求め, 燃料領域の中性子の反射率を衝突確率から求め, 両領域の境界条件にアルベドの概念を用いる方法である。

熱中性子損失因子 = d

$$= \Sigma_a' \cdot t_f' \cdot \frac{L_m}{2D_m} \left\{ \frac{2D_m}{L_m} \left[\frac{1}{\Sigma_a' \cdot t_f'} - \frac{1}{2} \left(\gamma + \frac{1}{2} + \ln \Sigma_f' \cdot t_f' + \frac{\Sigma_f'}{\Sigma_a'} \right) \right] + \cot h \frac{t_m}{2L_m} - \frac{2L_m}{t_m} \right\} \quad (7)$$

ただし, Σ_f' , Σ_a' , Σ_f' : 燃料領域の全断面積, 吸収断面積, 散乱断面積

t_f, t_m : 燃料領域および減速材領域の厚さ(cm)

L_m, D_m : 減速材領域の拡散距離および拡散係数

$\gamma = 0.57722$

〔付 録 3〕 核分裂生成物の断面積⁽⁵⁾

$$\Sigma^{Xe, Sm} = \Sigma^{fiss} \left(\gamma \Sigma_m' + \frac{\gamma^{Xe} \cdot \bar{\phi}_{th}}{\lambda^{Xe} + \bar{\phi}_{th}} \right) \\ = \Sigma^{fiss} (\gamma \Sigma_m' + \gamma^{Xe'}) \quad (8)$$

ただし, $\lambda^{Xe}/\sigma^{Xe} \ll \bar{\phi}_{th}$ $\gamma \Sigma_m' = 0.0166$

$\gamma^{Xe'} = 0.064$ $\lambda^{Xe} = 2.1 \times 10^{-5} s^{-1}$

$\sigma^{Xe}(2,200 \text{ m/s}) = 2.72 \times 10^8 \text{ b}$

$\sigma_f^{25} = 582 \text{ b}$ $\sigma_a^{25} = 694 \text{ b}$

擬似核種の原子密度 = N^t

$$= \frac{\alpha^{t235} N_0 \sigma^{fiss}}{\sigma^{sabs} - \sigma^t} \left\{ \exp(-\sigma^t \cdot \theta) - \exp(-\sigma^{sabs} \cdot \theta) \right\} \quad (9)$$

ただし, α^t : 生成率, σ^t : 吸収断面積

θ : 中性子束と照射時間の積

$$\left. \begin{array}{l} \alpha^1 = 0.6976 \\ \alpha^2 = 0.1175 \\ \alpha^3 = 0.0079 \end{array} \right\} \left. \begin{array}{l} \sigma^1 = 50 \text{ b} \\ \sigma^2 = 300 \text{ b} \\ \sigma^3 = 800 \text{ b} \end{array} \right\} (2,200 \text{ m/s})$$

昭和38年秋の分科会「予稿集」

各 B 5 判オフセット印刷, 1 冊 200 円(〒50 円)

第 3 回炉物理分科会 (p.68)

研究発表 48 件, 総合報告 4 件

第 1 回炉工学分科会 (p.64)

研究発表 49 件, 総合講演 4 件

第 3 回燃料材料分科会 (p.66)

研究発表 52 件, 総合講演 4 件

第 1 回化学・化学工学分科会 (p.78)

研究発表 37 件, 総合講演 5 件, 討論会 2 件

本誌専用

合本ファイル

本誌 1 年分約 12 冊を, 簡単な操作で自由に入替えできるファイルがあります。

B 5 判布装幀で, 金文字の会誌名が入った美麗・堅牢なもの。

大変便利で好評をいただいております。

1 冊 ¥ 200 円(〒80 円)